

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

Исследовательские ядерные установки в Республике Казахстан эксплуатируются в Республиканском государственном предприятии «Институт ядерной физики», расположенном в городе Алматы, и в Филиале «Институт атомной энергии» РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан», расположенном в городе Курчатове.



РГП «ИНСТИТУТ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ» МИНИСТЕРСТВА ЭНЕРГЕТИКИ РК



050032, Республика Казахстан, г. Алматы, ул. Ибрагимова, 1.

Тел.: +7(727)386-68-00. Факс: +7(727)386-52-60.

E-mail: info@inp.kz; <http://www.inp.kz>

Республиканское государственное предприятие на праве хозяйственного ведения «Институт ядерной физики» (РГП «ИЯФ») Министерства энергетики Республики Казахстан, образован в 1957 г. РГП «ИЯФ» является одним из крупнейших научно-исследовательских институтов и ведущей научной организацией Республики Казахстан в области ядерной физики, физики твердого тела, радиационного материаловедения, радиохимии, радиозологии, ядерных и радиационных технологий.



Вид на площадку ИЯФ



*Генеральный
директор
Сахиев Саябек
Куанышбекович*

Центральная площадка РГП «ИЯФ» находится в 20 км от г. Алматы. Институт имеет филиалы в столице Республики Казахстан — Астане, и городе Аксае, в Западно-Казахстанской области, а также научно-производственную радиозэкологическую экспедицию на территории ядерного полигона Азгир в Атырауской области. В институте работают около 700 человек, в том числе более 70 докторов и кандидатов наук.

Генеральным директором РГП «Институт ядерной физики» в настоящее время является Саябек Куанышбекович Сахиев.

Институт ядерной физики был образован по инициативе академика К. И. Сатпаева. В своем обращении в Совет Министров СССР и ЦК КПСС он писал: «Огромное расширение производительных сил Казахстана требует соответствующего усиления науки в Казахстане и в первую очередь внедрения во все звенья промышленности, сельского хозяйства и здравоохранения последних достижений ядерной физики». Позицию Каныша Имантаевича поддержал Игорь Васильевич Курчатов и многие известные ученые-физики Казахстана. Руководство страны также поддержало это предложение, и 25 июля 1957 г. Президиум Академии наук Казахской ССР издал Постановление № 14/4 о создании Института ядерной физики.



*Каныш Имантаевич
Сатпаев*

Лауреат Ленинской премии СССР, лауреат Государственной премии СССР, академик АН СССР, академик АН КазССР



*Игорь Васильевич
Курчатов*

Лауреат Ленинской премии СССР, лауреат 4-х Сталинских премий СССР, Трижды Герой Социалистического Труда, академик АН СССР

Значительную роль в становлении института сыграли приглашенные выдающиеся ученые — академики Г. Д. Латышев (ядерная физика низких и средних энергий), Л. М. Неменов (ускорительная техника), М. И. Корсунский (ядерная физика, электронная и ионная оптика, рентгеновская спектрометрия, физика полупроводников), В. М. Кельман (электронная и ионная оптика).

В декабре 1957 г. под строительство Института ядерной физики и жилого поселка в Илийском районе около Алма-Аты было выделено 450 гектаров земли.



Панорама территории Илийского района, выделенной для строительства Института и жилого поселка

Строительство началось с проведения изыскательских работ, проектирования служебных, жилых и подсобных помещений. За период 1961–1967 гг. основные объекты Института были построены и введены в эксплуатацию.



Строительство Института ядерной физики завершено

За период с 1958 по 2015 гг. институтом последовательно руководили: Г. Д. Латышев, Ж. С. Такибаев, Ш. Ш. Ибрагимов, А. К. Жетбаев, К. К. Кадыржанов, А. Ж. Тулеушев, Э. Г. Батырбеков, П. В. Чакров.

РГП «ИЯФ» обладает уникальным для своего региона научно-техническим и производственным потенциалом: 6 крупных базовых экспериментальных установок (исследовательский реактор ВВР-К, критический стенд, изохронный циклотрон У-150М, ускоритель тяжелых ионов ДЦ-60, электростатический ускоритель УКП-2-1, ускоритель электронов ЭЛВ-4), более двух десятков научно-исследовательских лабораторий и научно-технических центров с современным аналитическим и испытательным оборудованием.

РГП «ИЯФ» имеет успешный опыт создания наукоемких технологий, значительная часть которых внедрена в производство. В настоящее время развиваются следующие технологические направления:

- производство радиоизотопной продукции;
- радиационная обработка материалов;
- производство и применение ионно-трековых мембран;
- ядерно-физические методы анализа;
- мониторинг и реабилитация окружающей среды;
- обращение с ядерными и радиоактивными материалами и отходами.

Институт является исполнителем крупных государственных инвестиционных программ:

- в 2006 г. в Астанинском филиале ИЯФ был создан Междисциплинарный научно-исследовательский комплекс на базе ускорителя тяжелых ионов ДЦ-60;
- на центральной площадке РГП «ИЯФ» в г. Алматы создается Центр ядерной медицины и биофизики. Уже построен корпус производства радиофармпрепаратов с новым циклотроном, чистыми помещениями, горячими камерами и современным технологическим оборудованием.

ИЯФ выполняет научно-исследовательские работы в рамках государственных бюджетных программ, а также по контрактам с международными организациями, казахстанскими и зарубежными компаниями с различной формой собственности.

В институте действует интегрированная система менеджмента качества, охраны труда и окружающей среды, сертифицированная на соответствие международным стандартам ISO 9001, ISO 14001 и OHSAS 18001.

Исследовательские ядерные установки ИЯФ

Тип ИЯУ	Название ИЯУ	Мощность тепловая, кВт	Год физического пуска	Состояние	Длительность эксплуатации, лет*
ИР	ВВР-К	6 000	1967 (1998**)	Действующий	48
КС	КС ВВР-К	0,100	1972 (2012**)	Действующий	43

* — на 2015 г.

** — второй физический пуск.

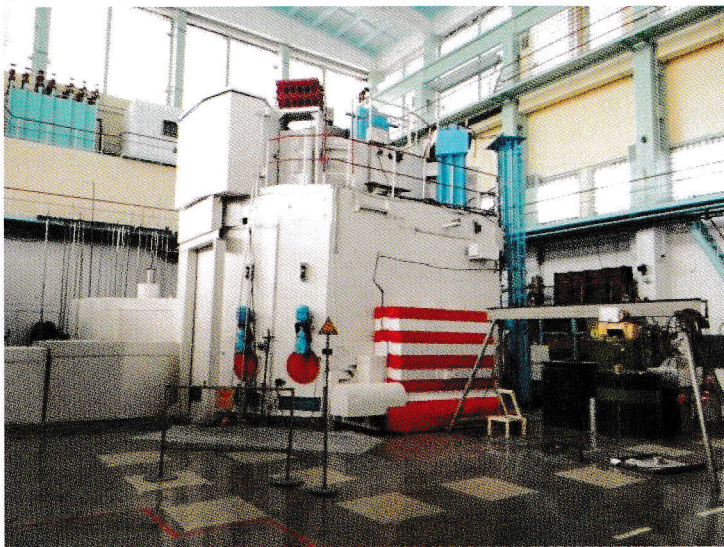
КОМПЛЕКС ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ВВР-К

В комплекс исследовательского реактора ВВР-К наряду с технологическими системами реактора входят следующие установки:

- критический стенд КС ВВР-К;
- «горячие» камеры и химические боксы;
- газо-вакуумная петлевая установка;

- установка нейтронной радиографии;
- системы гидро- и пневмопочты.

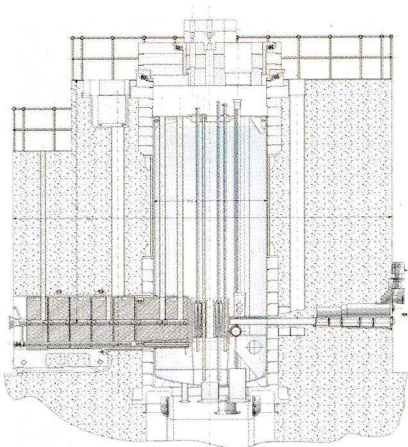
Реактор ВВР-К — многоцелевой исследовательский реактор бассейнового типа с легководным замедлителем, теплоносителем и отражателем.



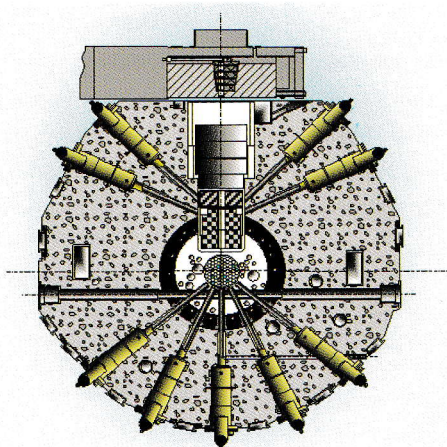
Центральный зал реактора ВВР-К

Реактор был введен в эксплуатацию в 1967 г. и более 20 лет интенсивно использовался для исследований и испытаний материалов и компонентов ядерной техники, прежде всего для разрабатывавшихся в СССР космических ядерных энергоустановок.

В октябре 1988 г. эксплуатация реактора ВВР-К была приостановлена для проведения работ по повышению его безопасности в условиях высокой сейсмичности, которые были завершены уже в независимом Казахстане. В 1997 г. были успешно проведены физический и энергетический пуски реактора ВВР-К, а с 1998 г. возобновлена его регулярная эксплуатация.



Вертикальный разрез реактора ВВР-К



Горизонтальный разрез реактора ВВР-К

Наличие значительного количества вертикальных и горизонтальных каналов, как показано на изображениях вертикального и горизонтального разрезов ИР ВВР-К, позволяет проводить широкий круг научно-исследовательских работ по изучению физики ядра и исследованию изменений свойств материалов под воздействием нейтронного и гамма-облучения.

В реакторе можно облучать как микроколичества веществ, так и конструкции диаметром до 1000 мм и длиной до 700 мм.

Основные характеристики ИР ВВР-К

Мощность (тепловая), МВт	6
Теплоноситель, замедлитель, отражатель	вода
Максимальное рабочее давление теплоносителя в I контуре, МПа	0,135
Расход теплоносителя, м ³ /ч	1050
Скорость потока теплоносителя в активной зоне, м/с	1,7
Максимальная температура теплоносителя на выходе из активной зоны, °С	57
Обогащение топлива по ²³⁵ U, %	36
Максимальная плотность теплового потока на поверхности твэла, кВт/м ²	710
Максимальная плотность потока, см ⁻² ·с ⁻¹ :	
— тепловых нейтронов	1,1·10 ¹⁴
— быстрых нейтронов (E>2,35 МэВ)	1,6·10 ¹³
Число тепловыделяющих сборок	49
Число органов аварийной защиты	3
Число органов регулирования	5
Конструкция ТВС	ВВР-Ц
Число экспериментальных петель	1
Число экспериментальных каналов:	
— вертикальных	6
— горизонтальных:	—
— радиальных	5
— касательных	1

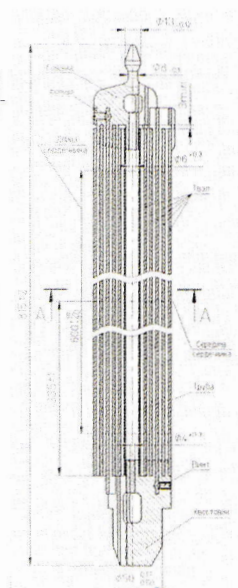
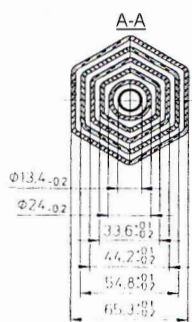
Активная зона реактора ВВР-К

В реакторе ВВР-К применяются ТВС типа ВВР-Ц, состоящие из шестигранных трубчатых твэлов. Используются ТВС двух типов.

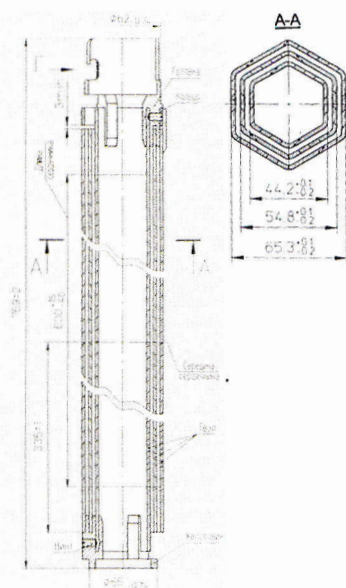
ТВС I типа состоит из пяти активных элементов и одного конструктивного; четыре активных элемента выполнены в виде шестигранной трубки, один — в виде круглой трубки; конструктивный элемент (без урана) — также круглая трубка. Все они собраны коаксиально.

ТВС II типа состоит из трех внешних шестигранных трубок. ТВС II типа предназначены для установки в них каналов СУЗ, а также экспериментальных каналов.

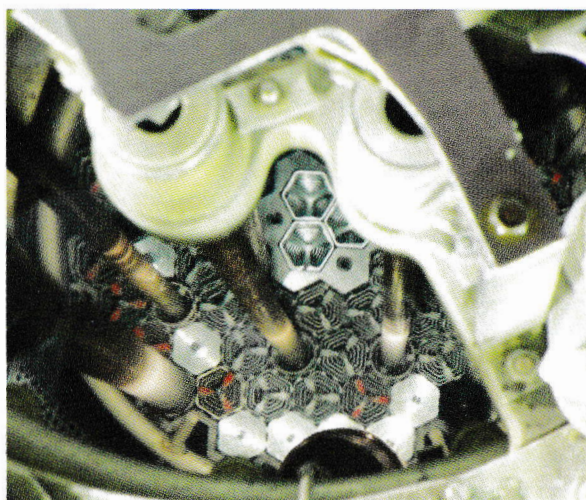
ТВС I типа фиксируются в днище сепаратора (опорной решетке) хвостовиками, а между собой центрируются дистанционирующими выступами, расположенными в верхней части ТВС на каждой их грани. ТВС II типа ставятся нижним торцом на втулку, заранее установленную в шестигранное отверстие днища сепаратора и центрируются с каналом СУЗ, а с соседними ТВС так же, как и ТВС I типа.



Конструкция ТВС I типа



Конструкция ТВС II типа



Активная зона ИР ВВР-К

Охлаждение активной зоны

Теплоноситель (вода) проходит между твэлами и между ТВС сверху вниз.

Вода, охлаждающая активную зону, конструктивные элементы и экспериментальное оборудование реактора, очищается на установке обессоливания с помощью ионообменных смол и по солевому составу значительно лучше обычного дистиллята (согласно ОСТ 35 10134-91). Такая чистота охлаждающей воды позволяет минимизировать ее активацию и коррозию конструкций, выполненных из сплава алюминия САВ-1 и нержавеющей стали типа 1Х18Н9Т. С помощью ионообменных смол производится и очистка воды от радиоактивных загрязнений. На реакторе ВВР-К принята двухконтурная система охлаждения: I кон-

тур замкнутый, II контур (оборотное водоснабжение) — полужамкнутый. К замкнутым контурам с обессоленной водой относятся:

- главный циркуляционный контур (ГЦК), или I контур, охлаждающий активную зону, корпус и прилегающую к корпусу биологическую защиту реактора;
- контур охлаждения боковой чугунной защиты реактора, экспериментальных устройств (установок) в нише корпуса реактора, горизонтальных и касательных каналов, так называемый «дополнительный контур»;
- контур гидрочистки;
- контур вакуумных насосов системы дозиметрического контроля.

Основные коммуникации II контура до ввода в здание реактора — общие, а далее, линии и теплообменники установок — самостоятельные. Вода второго контура используется и для других технологических нужд.

Экспериментальные возможности установки

Вскоре после пуска реактора, в 1968 г., был выполнен комплекс экспериментальных исследований по обоснованию возможности создания в активной зоне реактора ВВР-К центрального канала большого диаметра для проведения внутриреакторных экспериментальных исследований и испытаний крупногабаритных приборов и установок и оптимизации расположения органов СУЗ реактора. В результате была создана активная зона со сквозным центральным экспериментальным каналом большого диаметра трех размеров (96 мм, 140 и 210 мм), оптимизировано расположение органов СУЗ в активной зоне.

Проведенная модернизация значительно расширила экспериментальные возможности реактора и позволила развернуть на нем принципиально новые направления экспериментальных исследований, которые не были возможны до этого:

- внутриреакторные исследования и испытания электрогенерирующих каналов термоэмиссионного реактора-преобразователя космической ядерно-энергетической установки (ЯЭУ) и их пакетов в условиях, максимально приближенных к натурным условиям реального реактора-преобразователя;
- внутриреакторные исследования лазеров с прямой и комбинированной ядерной накачкой, с разными рабочими газовыми средами, с генерацией когерентного и спонтанного излучения разных диапазонов длин волн;
- внутриреакторные исследования и испытания конструкционных реакторных материалов на длительную прочность и ползучесть с размещением разрывных машин внутри экспериментального канала реактора и т. д.

На одном из горизонтальных каналов реактора ВВР-К исследована возможность решения задач борной нейтронно-захватной терапии злокачественных опухолей. С помощью метода активационных и делящихся детекторов в выбранном канале измерены спектральный состав поля нейтронов и измерена мощность дозы фотонной составляющей реакторного излучения. Выполнены пробные облучения биологических объектов.

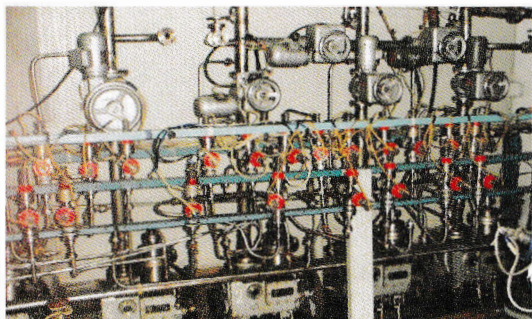
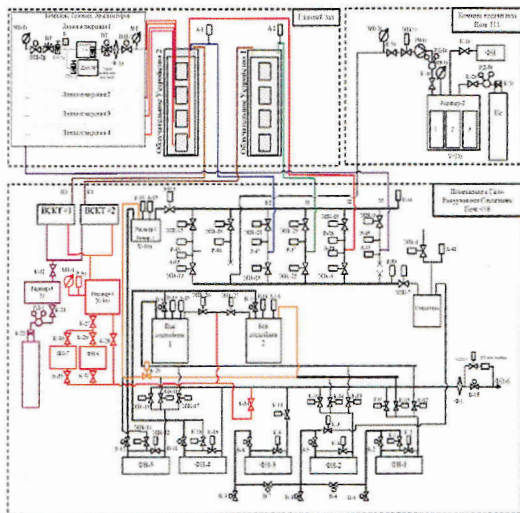
В настоящее время реактор ВВР-К используется для радиационных испытаний перспективных материалов ядерных и термоядерных реакторов, производства радиоизотопов для медицины и промышленности, нейтронно-активационного анализа элементного состава различных материалов. Запас реактивности позволяет реактору непрерывно работать на номинальном уровне мощности более 20 суток.

Наиболее значимые работы

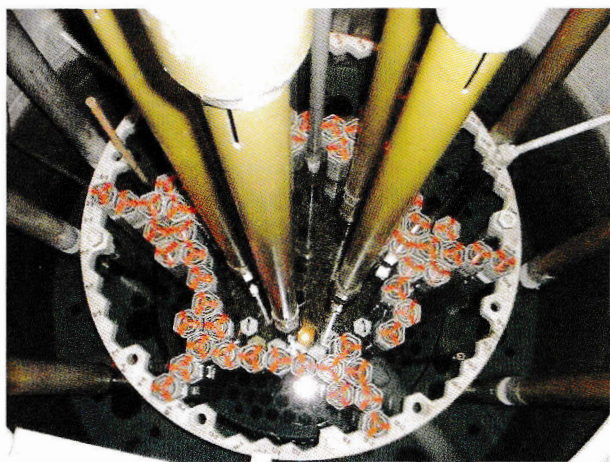
Наиболее значимые работы, выполненные на комплексе реактора ВВР-К:

- разработка и создание универсальной петлевой установки. Установка принята в эксплуатацию в 1970 г.;

— разработка и создание критического стэнда — действующего ядерного реактора малой мощности без принудительной циркуляции теплоносителя, полностью моделирующей активную зону реактора ВВР-К (Г. А. Батырбеков, В. Н. Маратканов, В. Минов, А. Бабушкин и др.). Физический пуск критического стэнда выполнен в июне 1972 г.



Универсальная газо-вакуумная петлевая установка (УПУ)



Активная зона критического стэнда

Основные достижения

В течение 1968–1970 гг. группой Е. С. Бекмухамбетова при поддержке отдела НПО «Энергия» была разработана и создана универсальная петлевая установка (УПУ), предназначенная для обеспечения безопасных реакторных исследований и ресурсных испытаний электрогенерирующей сборки, максимально приближенных к условиям работы в составе термоэмиссионного реактора-преобразователя. С 1971 г. начались внутриреакторные исследования и ресурсные испытания термоэмиссионных преобразователей с высокими удельными параметрами.

За период 1971–1988 гг. в лаборатории преобразования ядерной энергии на реакторе ВВР-К с использованием универсальной петлевой установки были исследованы и испытаны на ресурс свыше 30 экспериментальных термоэмиссионных электрогенерирующих сборок (ЭГС), разработанных в НПО «Энергия», Физико-энергетическом институте и Сухумском физико-техническом институте. В ходе исследований и длительных испытаний экспериментальных сборок с различными схемно-конструкторскими решениями, материалами электродов, системами подачи цезия, устройствами вывода газообразных продуктов деления и др. была показана принципиальная возможность получения высоких удельных электрических мощностей и длительного ресурса под облучением в реакторе.

По результатам реакторных испытаний на УПУ и послереакторных исследований были даны рекомендации по совершенствованию конструкции ЭГС и технологии ее изготовления. Конечная цель реакторной отработки таких сборок — создание надежно работающей термоэмиссионной ЭГС со стабильными и воспроизводимыми в течение заданного времени характеристиками.

За цикл работ в области радиационного материаловедения Ш. Ш. Ибрагимову, Е. С. Бекмухамбетову и другим присуждена Государственная премия КазССР за 1978 г. в области науки и техники.

Перспективы использования реактора

С 2003 г. в ИЯФ совместно с партнерами из России и США ведутся работы по переводу реактора ВВР-К на топливо с низкообогащенным ураном. Сохранение нейтронно-физических характеристик исследовательского реактора при таком обогащении возможно за счет использования современных топливных композиций, подходящих конструкций и состава активной зоны.

По результатам детальных нейтронно-физических и тепло-гидравлических расчетов была разработана новая конструкция ТВС типа ВВР-КН, состоящая из восьми тонкостенных трубчатых твэлов, толщиной 1,6 мм и обогащением по U-235 — 19,7%. Используемая топливная композиция — диоксид урана, диспергированный в алюминиевой матрице, с повышенной плотностью урана до 2,8 г/см³. Новая конструкция ТВС позволит более чем в 2,2 раза повысить содержание U-235 и увеличить теплопередающую поверхность в 1,7 раза, по сравнению с ТВС, используемыми в реакторе ВВР-К до сегодняшнего дня.

а)



б)



Тепловыделяющие сборки а) — новая ВВР-КН, и б) — старая ВВР-К

К концу 2015 г. реактор должен быть полностью переведен на топливо с низкообогащенным ураном. При этом планируется установить новую систему управления и защиты и эффективный бериллиевый отражатель, заменить часть внутриреакторных компонентов и использовать топливные сборки новой конструкции, что позволит повысить экспериментальные и технологические возможности реактора.

Для дальнейшего расширения сферы использования реактора проводятся экспериментальные работы по нейтронному облучению минералов с целью изменения их окраски и по производству трансмутационно-легированного кремния, который пользуется растущим спросом в электронной промышленности.

Совместно с Центром наук о жизни Назарбаев Университета на реакторе ВВР-К начаты эксперименты по борной нейтрон-захватной терапии. Помимо биологической составляющей, эта работа предусматривает формирование пучка нейтронов с требуемой плотностью потока и спектром нейтронов.

Международное сотрудничество

В 2002 г. между Национальным ядерным центром Республики Казахстан и Japan Atomic Energy Research Institute (Япония) был заключен договор по радиационному испытанию литиевой керамики на реакторе ВВР-К с использованием универсальной петлевой установки при финансовой поддержке правительства Японии.

В рамках международных программ по нераспространению ядерных материалов на реакторе реализуется ряд конверсионных проектов. Одним из них является возврат накопленного за десятилетия работы отработавшего ядерного топлива на переработку в рамках программы RRRFR. В результате совместной работы специалистов из Казахстана, России и США в 2008–2014 гг. более 400 облученных топливныхборок были вывезены на переработку в Российскую Федерацию.

История

Проект атомного реактора ВВР-К (водо-водяной реактор — Казахстанский) был разработан в конце 1950-х гг. в ИАЭ им. И. В. Курчатова (г. Москва). Главным конструктором реактора ВВР-К является НИКИЭТ (Россия). Генеральным проектировщиком реактора ВВР-К является ГСПИ (Россия).

Строительство здания атомного реактора, начатое в 1961 г., было завершено в 1967 г. Монтаж и наладка самого реактора и вспомогательного оборудования были закончены тоже в 1967 г.



Стены корпуса атомного реактора подняты



Корпус атомного реактора сегодня

Пуск первого в Казахстане атомного реактора ВВР-К был осуществлен осенью 1967 г. Эту работу возглавили: представитель Государственного комитета по использованию атом-

ной энергии СССР Б. Т. Дубовский, начальник отдела эксплуатации реактора В. Н. Околович, СНС этого отдела Г. А. Батырбеков. Следует отметить большую работу по запуску и дальнейшей эксплуатации реактора, проведенную главным инженером Л. А. Юровским и его заместителем А. И. Масловым.

Реактор ВВР-К проработал непрерывно, безаварийно, без отклонений от нормальных режимов работы, без переоблучения внешней среды выше допустимых норм в течение 21 года. По своей конструкции и физическим особенностям он относится к самым безопасным типам реакторов, а по экспериментальным возможностям и эффективности использования — к числу лучших реакторов СССР и позже СНГ.

В октябре 1988 г. решением Госпроматомнадзора СССР эксплуатация атомного реактора ВВР-К была приостановлена до выполнения требований по обоснованию безопасной работы реактора в условиях высокой сейсмичности. С 1989 г. была проделана большая работа по повышению сейсмостойкости и защищенности реактора и обоснованию безопасной его эксплуатации в условиях высокой сейсмичности. В апреле 1997 г. был проведен физический пуск атомного реактора ВВР-К, а в декабре — энергетический пуск.

Достигнута максимальная плотность потока тепловых нейтронов — $1,1 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Тепловая мощность составила 6 МВт. Реактор оснащен системами гидравлической и пневматической транспортировки облучаемых мишеней, универсальной газовакуумной петлевой установкой, установкой нейтронной радиографии.

В разные годы исследовательский реактор ВВР-К возглавляли Л. А. Юровский, В. Н. Околович, Г. А. Батырбеков, В. Н. Рыжих, В. В. Болотов, А. И. Чекушин, В. К. Петухов, С. А. Андропенков, В. П. Черняев, под руководством которых была создана уникальная экспериментальная база и обеспечена многолетняя безопасная и эффективная работа реактора.

Персоны



Бекмухамбетов Ерсайын Сатбалдиевич

Лауреат Государственной премии Казахской ССР, доктор технических наук

Контакты



Накипов Дархан Абдулламитович

Главный инженер Комплекса исследовательского реактора ВВР-К

Тел.: +7(727)386-68-62.

E-mail: nakipov@inp.kz

ФИЛИАЛ «ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ» РГП «НАЦИОНАЛЬНЫЙ ЯДЕРНЫЙ ЦЕНТР РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН»



071100, Республика Казахстан, Восточно-Казахстанская обл., г. Курчатов,
ул. Красноармейская, 2, зд. 54 Б.
Тел.: +7(722)512-33-33. Факс: +7(722)512-38-58.
E-mail: nnc@nnc.kz; <http://www.nnc.kz>



Главный корпус Национального ядерного центра Республики Казахстан

Республиканское государственное предприятие на праве хозяйственного ведения «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» (РГП НЯЦ РК) создано в соответствии с Указом Президента Республики Казахстан от 15 мая 1992 г. № 779 «О Национальном ядерном центре и Агентстве по атомной энергии Республики Казахстан» в связи с закрытием Семипалатинского испытательного ядерного полигона и в целях развития и эффективного использования научно-технического и промышленного потенциала по атомной науке и технике. Центр создан на базе комплекса бывшего Семипалатинского испытательного ядерного полигона и соответствующих научных организаций и объектов, расположенных на территории Республики Казахстан.



Батырбеков Эрлан Гадлетович

Генеральный директор РГП НЯЦ РК, доктор физико-математических наук

Тел.: +7(722)512-33-33. Факс: +7(722)512-38-58.

<http://www.nnc.kz>

В настоящее время в структуру РГП НЯЦ РК входят: непосредственно РГП НЯЦ РК (г. Курчатов); Филиал «Институт атомной энергии» (г. Курчатов); Филиал «Институт радиационной безопасности и экологии» (г. Курчатов); Филиал «Байкал» (г. Курчатов); Филиал «Казахский государственный научно-производственный центр взрывных работ» (г. Алматы).

Основные направления долгосрочной программы научной деятельности РГП НЯЦ РК:

- развитие атомной энергетики в Республике Казахстан;
- развитие ядерной науки;
- радиационная экология;
- поддержка режима нераспространения;
- подготовка кадров для атомной отрасли.

Работы по созданию и развитию атомной энергетики в Казахстане составили один из основных разделов Республиканской целевой научно-технической программы, разработанной в 1992–1993 гг. и ставшей документом, определившим цели, задачи и направления деятельности Национального ядерного центра и институтов, вошедших в его состав. Постановлением Правительства Республики Казахстан № 925 от 20 августа 2002 г. была принята Концепция развития урановой промышленности и атомной энергетики Республики Казахстан на 2002–2030 гг. Программа охватывает период с 2003 по 2030 гг. и определяет стратегию первого этапа создания и развития национальной атомной энергетики.

Для создания реакторов повышенной безопасности и систем локализации проектных и запроектных аварий необходим детальный анализ процессов, связанных с плавлением активной зоны, поведением топлива, материалов и конструкций ядерных реакторов в переходных и аварийных режимах. Одним из направлений работ в обоснование безопасности атомной энергетики является экспериментальное моделирование процессов, сопровождающих отдельные стадии развития тяжелых аварий на АЭС с плавлением активной зоны реактора. Для решения этих и многих других задач предназначена экспериментально-технологическая база РГП НЯЦ РК, которая представлена уникальными исследовательскими ядерными установками: ИВГ.1М, РА и ИГР. Установки находятся в ведении Филиала «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК (Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК).

Скаков Мажин Канатинович



Руководитель Филиала ИАЭ РГП НЯЦ РК, заместитель генерального директора РГП НЯЦ РК по науке, доктор физико-математических наук, профессор

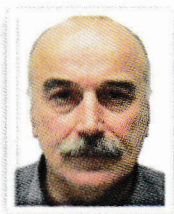
Тел.: +7(722)512-35-49. Факс: +7(722)512-31-25.

<http://www.iae.kz>



Колодешников Александр Александрович

Заместитель директора по ядерным технологиям



Вурим Александр Давыдович

Заместитель директора по испытаниям



Яковлев Виталий Викторович

Главный инженер



Бакланов Виктор Владимирович

Заместитель директора по материаловедческим исследованиям

История, деятельность, экспериментальная база

В конце 1957 г. И. В. Курчатов определяет первоочередным этапом разработки ядерного ракетного двигателя (ЯРД) сооружение импульсного реактора и исследование на нем возможности создания важнейшей функциональной части ЯРД — тепловыделяющей сборки (ТВС) реактора, работающего при температурах и удельных нагрузках, существенно превосходящих параметры других реакторов. В мае 1958 г. вышло Постановление Совета Министров СССР о сооружении реактора РВД (реактор взрывного действия), современное название — импульсный графитовый реактор (ИГР). В августе 1964 г. вышли Постановления ЦК КПСС и СМ СССР о сооружении реактора ИВГ.1 с необходимым стендовым оборудованием, а 24 мая 1968 г. вышло постановление Правительства СССР, предусматривавшее создание на основе проекта первого советского твердофазного реактора индекса 11Б91 ЯРД, а также строительство стендовой базы для его испытаний.

В 1970 г. образована Объединенная экспедиция с подчинением Подольскому научно-исследовательскому технологическому институту (ПНИТИ). В 1989 г. Объединенная экспедиция ПНИТИ переименована в Объединенную экспедицию научно-производственного объединения «Луч» Министерства атомной энергии РФ. В 1992 г. на базе Объединенной экспедиции НПО «Луч» создан Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК.

Исследовательские ядерные установки Филиала ИАЭ

Тип ИЯУ	Название ИЯУ	Мощность тепловая, кВт	Год физического пуска	Состояние	Длительность эксплуатации, лет*
ИР	ИВГ.1М (ИВГ.1)		1990 (1972)	Действующий	43
ИР	ИГР		1960	Действующий	55
ИР	РА (ИРГИТ)	500,00	1986 (1978)	Эксплуатация в режиме длительного останова	9

* — на 2015 г. или до останова.

Исследовательские ядерные установки расположены на территории бывшего Семипалатинского испытательного ядерного полигона в восточном регионе Республики Казахстан.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР ИВГ.1М

Реактор ИВГ.1М — это модернизированный исследовательский, водо-водяной, с бериллиевым отражателем нейтронов гетерогенный реактор ИВГ.1. Физический пуск реактора ИВГ.1 состоялся в 1972 г., энергетический — в 1975 г. В 1989 г. была начата модернизация реактора ИВГ.1: активная зона была укомплектована водоохлаждаемыми технологическими каналами (ВОТК) и соответствующим образом была модернизирована система охлаждения реактора и ВОТК. Физический пуск реактора ИВГ.1М состоялся 31 мая 1990 г., энергетический пуск реактора с модернизированной системой охлаждения — 18.12.1990 г.

Проектная мощность реактора — 72 МВт. На энергопуске была достигнута мощность в 35 МВт. Мощность реактора ИВГ.1М в настоящее время установлена в пределах до 10 МВт. Проектом ресурс реактора ИВГ.1М не определен. С периодичностью раз в три года проводится техническое освидетельствование систем и элементов реактора ИВГ.1М. По результатам работы комиссии по техническому освидетельствованию, учитывающим техническое состояние систем, узлов, оборудования реактора, принимается решение о возможности

дальнейшей эксплуатации реактора. Следующее технологическое освидетельствование реактора ИВГ.1М и его технологических систем и элементов установлен на 2017 г.



Верхняя часть реактора ИВГ.1М



Узлы отвода воды из ВОТК

Корпус реактора представляет собой цилиндрический сосуд с максимальным диаметром 1740 мм и высотой 4460, мм рассчитан на рабочее давление воды в 5 МПа. Для уменьшения уровней нейтронного и гамма-излучений, действующих на корпус, установлены боковые и торцевые экраны.

С верхнего торца корпус реактора закрывается крышкой. Под крышкой расположены экраны, имеющие такое же назначение, что боковой и торцевой экраны корпуса. Для уменьшения размеров активной зоны и загрузки урана, а также для выравнивания нейтронного поля по радиусу в конструкции реактора предусмотрен круговой боковой отражатель из бериллия. В состав отражателя входят регулирующие барабаны, являющиеся основными органами компенсации реактивности, регулирования и аварийной защиты реактора.

Десять регулирующих барабанов (РБ) расположены по окружности. Конструктивно РБ состоит из 2-х основных частей: блока вытеснителя и подвижного блока. Блок вытеснителя выполнен из 3-х эксцентрических стержней и центрального стержня, которые крепятся вверху и внизу к решеткам. Верхняя решетка выполнена за одно целое с валом, за который подвешивается весь регулирующий барабан. Центральный стержень и эксцентричные кольца блока вытеснителя изготовлены из бериллия, при этом толщина колец спрофилирована таким образом, чтобы максимально уменьшить градиенты температуры по периметру колец.

По оси корпуса реактора расположена центральная сборка, которая предназначена для установки и крепления в ней 30 технологических каналов и одного петлевого канала, подвижных стержней системы компенсации реактивности и канала источника. В центральной сборке расположены также части бокового и торцевого отражателей. Центральная сборка совместно с крышкой корпуса реактора обеспечивает дистанционирование каналов в пределах заданной решетки.

Петлевой канал устанавливается в центральную ячейку реактора и предназначен для размещения и крепления в нем технологического канала при проведении петлевых испытаний ТВС. Петлевой канал представляет собой сборно-сварную конструкцию цилиндрической формы с максимальным наружным диаметром 160 мм. На уровне активной зоны в петлевом канале размещен вкладыш, состоящий из двух коаксиальных бериллиевых втулок и предназначенный для увеличения нейтронного потока в ТВС. Внутренний диаметр петлевого канала 78 мм.

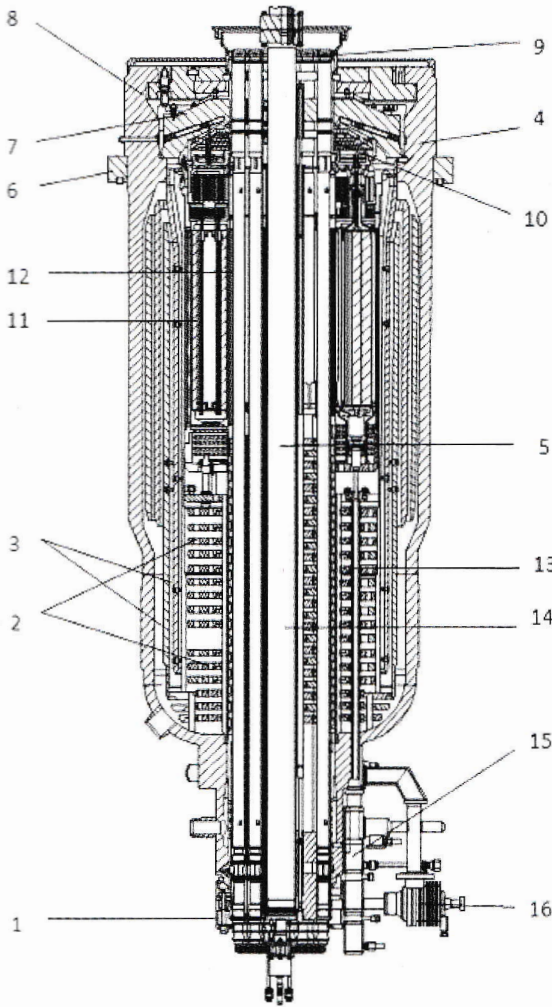


Схема продольного разреза реактора ИВГ.1М: 1 — нижний байонетный замок; 2 — нижние тепловые экраны; 3 — боковые тепловые экраны; 4 — корпус; 5 — центральный канал; 6 — опорное кольцо; 7 — крышка; 8 — верхний байонетный замок; 9 — надстройка; 10 — верхние тепловые экраны; 11 — регулирующий барабан; 12 — ВОТК; 13 — вал исполнительного механизма (ИМ); 14 — железобетонная защита; 15 — привод ИМ; 16 — шаговый двигатель ИМ

Основные технические характеристики реактора ИВГ.1М

Мощность, МВт:	
— проектная	75
— паспортная	10
Эффективный диаметр активной зоны, мм	548
Высота активной зоны, мм	800
Замедлитель	вода
Теплоноситель	вода
Отражатель	бериллий
Максимальная плотность потока, см ⁻² ·с ⁻¹ :	
— тепловых нейтронов	3,6·10 ¹⁴
— быстрых нейтронов	3·10 ¹³

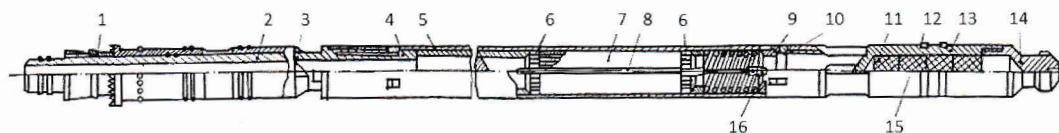
Расход теплоносителя через реактор, кг/с	до 65
Максимальная температура теплоносителя на выходе из активной зоны, °С	до 95

Активная зона и ядерное топливо

Кольцевую активную зону формируют водоохлаждаемые технологические каналы (ВОТК), представляющие собой цилиндрические трубы.

Характеристики ВОТК

Диаметр корпуса, мм	76
Длина, мм	4990
Масса, кг	60
Количество твэлов в ВОТК	468



Конструктивная схема ВОТК: 1 — замок шариковый; 2 — переходник; 3 — хвостовик; 4 — фиксатор хвостовика; 5 — корпус; 6 — торцевая решетка; 7 — тепловыделяющая сборка; 8 — стержень; 9 — втулка упорная; 10 — фиксатор головки; 11 — блок; 12 — кольцо пружинное; 13 — пенал; 14 — наконечник; 15 — головка; 16 — наконечник

Тепловыделяющая сборка, входящая в состав ВОТК, состоит из пакета твэлов. Форма твэла спирально-стержневая, двухлопастного профиля.

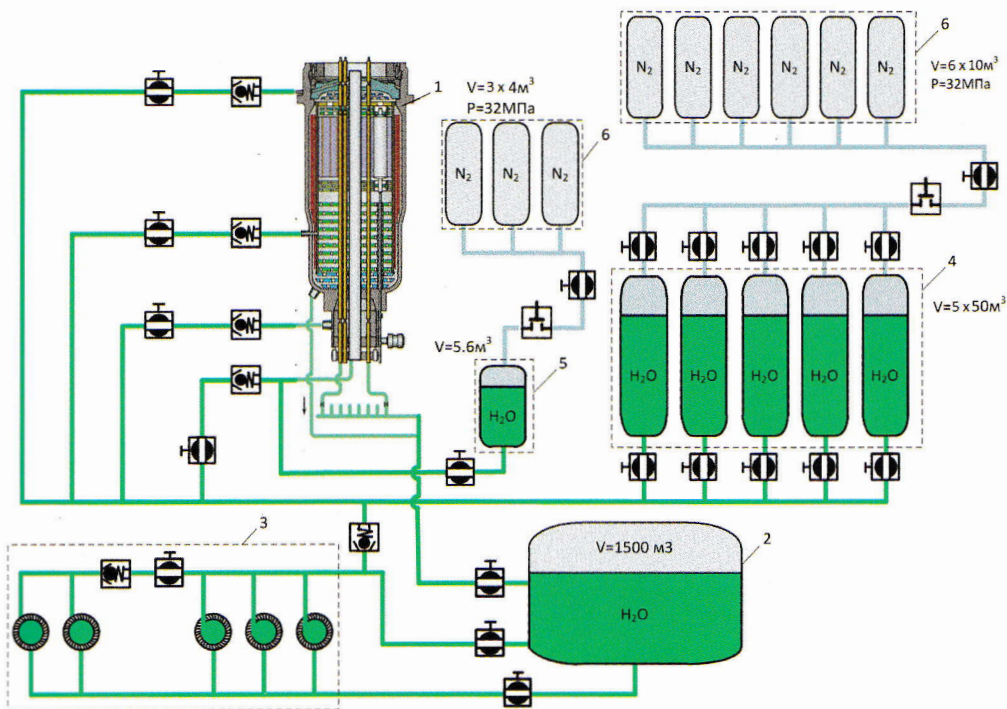
Характеристики твэла

Длина, мм	800
Материал оболочки	сплав Э110, на торцах — никель
Топливный материал сердечника	уран-циркониевый сплав
Обогащение по урану U-235, %	90
Максимальная температура поверхности, °С	110
Максимальный тепловой поток с поверхности, МВт/м ²	1
Допустимая температура топлива, °С	850

Охлаждение активной зоны

Система охлаждения ИВГ.1М предназначена для отвода тепла от технологических каналов и конструктивных элементов реактора при нормальных и аварийных условиях эксплуатации.

В качестве теплоносителя используется дистиллят высокой чистоты (далее — вода), который одновременно выполняет функции штатного замедлителя нейтронов и компонента биологической защиты.



Принципиальная схема системы охлаждения реактора ИВГ.1М: 1 — реактор ИВГ.1М; 2 — сливной бак; 3 — насосная группа; 4 — емкости САОР-1; 5 — емкости САОР-2; 6 — емкости с газообразным азотом

- редуктор
- обратный клапан
- запорная арматура
- насос

В соответствии с назначением система охлаждения включает в себя:

- основной контур охлаждения;
- систему аварийного охлаждения реактора (САОР).

Исходя из задач проводимых экспериментов и в соответствии с заданной мощностью ИВГ.1М, системы охлаждения работают по двум схемам (в двух режимах):

- схема работы системы при уровне мощности до 10 МВт;
- схема работы системы при уровне мощности от 10 МВт до 35 МВт.

Основные теплогидравлические параметры ИВГ.1М на различных режимах

Наименование параметра	Значение при N=35 МВт	Значение при N=10 МВт
Мощность единичного ВОТК, МВт:		
— расположенного в первом и втором ряду	1,27–1,29	0,36–0,37
— расположенного в третьем ряду	1,09	0,30
Суммарный расход воды через реактор, кг/с	151	63
Расход воды через единичный ВОТК, кг/с:		
— первого и второго ряда	4,9	2,1
— третьего ряда	4,2	1,9

Наименование параметра	Значение при N=35 МВт	Значение при N=10 МВт
Расходы воды по трактам реактора, кг/с:		
— через центральную сборку	90	36,1
— через боковой отражатель	43	20
— через петлевой канал с вытеснителем	3	1,4
— через крышку реактора	15	5,5
— через трубопроводы слива воды из тепловых экранов	2,0	0,29
— через уплотнители в крышке реактора	14,6	5
Давление воды в трактах охлаждения реактора, МПа:		
— в раздаточном коллекторе	1,2	1,0
— под крышкой реактора (на входе ВОТК)	0,72	0,9
— на выходе ВОТК первого и второго рядов	0,44	0,8
— на выходе ВОТК третьего ряда	0,59	0,8
— в сливном коллекторе	0,32	0,8
Температура воды на входе в реактор, К	300	323
Расчетная температура воды на выходе ВОТК, К	363	369

В основной контур охлаждения заложены следующие основные принципы:

- контур выполнен по замкнутой схеме прокачки запасенной в сливном баке (объемом 1500 м³) воды через реактор и сливом ее обратно в сливной бак — принудительная циркуляция теплоносителя в контуре;
- дистанционное управление всем оборудованием и арматурой;
- обеспечение взрывобезопасных условий при выделении радиолитического водорода в газовом объеме сливного бака.

В основу проекта САОР заложены следующие основные принципы:

- САОР выполнена из двух подсистем, каждая из которых используется при различных исходных событиях;
- САОР выполнена по разомкнутой схеме с одноразовым циклом подачи воды;
- дистанционное управление всем оборудованием и арматурой.

Система аварийного охлаждения состоит из двух подсистем: САОР-1 и САОР-2.

Подсистема САОР-1 предназначена для аварийного охлаждения реактора при аварийных ситуациях «обесточивания» и «прекращении подачи воды в реактор». Работа САОР-1 основана на вытеснительном способе подачи воды в реактор.

Подсистема САОР-2 предназначена для подачи охлаждающей воды в петлевой канал, затем — в ВОТК. Работа САОР-2 основана также на вытеснительном способе подачи воды. Функции САОР состоят в следующем:

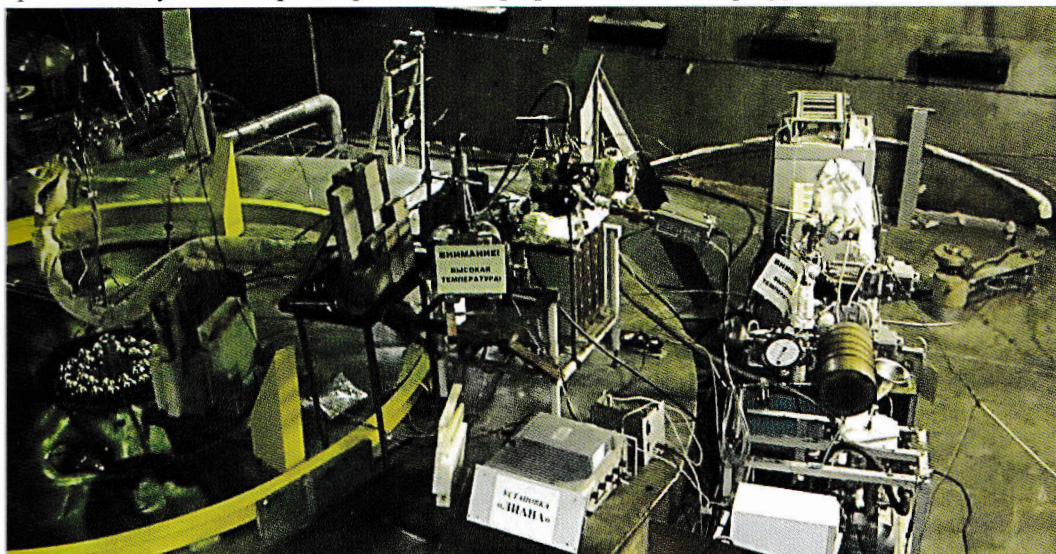
- находиться в состоянии постоянной готовности к расхолаживанию во всех нормальных режимах работы реактора;
- обеспечить отвод остаточного тепловыделения в аварийных режимах, связанных с «обесточиванием» и «прекращением подачи воды в реактор».

Экспериментальные возможности

В центральной части реактора расположен центральный петлевой канал и корпус физического экспериментального канала (ФКЭ). Корпус ФКЭ используется в качестве канала для размещения облучаемого ампульного устройства.

Имеются два экспериментальных ампульных устройства: «ИНЕШ» и «Протон». Эксперименты на данных ампульных устройствах проводятся с помощью экспериментального стенда «Лиана». Стенд предназначен для изучения взаимодействия изотопов водоро-

да с конструкционными материалами ядерных и термоядерных реакторов в процессе нейтронного облучения на реакторе ИВГ.1М при различных температурах и давлениях газов.



Экспериментальный стенд «Лиана»

Технические характеристики стенда «Лиана»

Температурный интервал исследований, °С	223–1027
Диапазон давлений изотопов водорода на входной стороне образца, Па	$10^2 \dots 10^6$
Диапазон давлений изотопов водорода в измерительном тракте, Па	$10^{-4} - 10^{-7}$

Ампульное устройство «ИНЕШ»

Ампульное устройство «ИНЕШ» предназначено для проведения экспериментов по изучению сорбции и десорбции водорода и его изотопов в образцах конструкционных материалов в процессе облучения на реакторе. Ампульное устройство размещается в центральной ячейке реактора внутри корпуса ФКЭ и позволяет располагать исследуемые образцы на уровне центра активной зоны реактора. Образцы располагаются во внутренней полости диффузионной ячейки. Регистрация параметров газовой выделения из образцов осуществляется масс-спектрометрическим методом или путем измерения давления.

Основные технические характеристики ампулы «ИНЕШ»

Габаритные размеры ампульного устройства:	
— длина, мм	2300
— диаметр не более, мм	60
Габаритные размеры диффузионной ячейки:	
— длина, мм	120
— диаметр, мм	28
Геометрия и размеры образцов:	
— образец плоский, мм	2×2
— толщина, мм	от 0,2 до 1
— образец трубчатый: диаметр, мм	от 10 до 12
— толщина, мм	0,5
— длина, мм	20

— образец цилиндрический: диаметр, мм	от 2 до 10
— длина, мм	от 5 до 50
Мощность электрического нагревателя, Вт	от 400 до 600
Максимальный расход газа в системе охлаждения, г/с	60
Термопары хромель-алюмель	4 канала
Термопары хромель-копель	2 канала
Температурный интервал образца, К	от 300 до 1200
Рабочее давление газов:	
— при масс-спектрометрическом методе, Па	10^{-5}
— при измерении давления, Па	от 10 до $2 \cdot 10^2$

Охлаждение диффузионной ячейки осуществляется газообразным азотом, который проходит через зазор между нагревателем и чехлом.

Термопары крепятся при помощи контактной сварки в «карманах» из нержавеющей фольги в центре образца.

Ампульное устройство «Протон»

Ампульное устройство «Протон» предназначено для проведения экспериментов по изучению процессов проникновения водорода и его изотопов сквозь образцы конструкционных материалов в процессе облучения на реакторе. Ампульное устройство размещается в центральной ячейке реактора внутри корпуса физического экспериментального канала (ФКЭ) и позволяет располагать исследуемый образец на уровне центра активной зоны реактора. Образец устанавливается между входной и выходной сторонами диффузионной ячейки. На входную сторону подается рабочий газ, а на выходной стороне регистрируется масс-спектрометрическим методом поток проникающих сквозь образец атомов и молекул.

Основные технические характеристики ампулы «Протон»

Габаритные размеры ампульного устройства:	
— длина, мм	2300
— диаметр не более, мм	60
Габаритные размеры диффузионной ячейки:	
— длина, мм	120
— диаметр, мм	28
Геометрия и размеры образцов:	
— образец типа круглой мембраны:	
— диаметр, мм	25
— толщина, мм	от 1 до 2
— образец трубчатый:	
— диаметр, мм	от 10 до 12
— толщина, мм	1
— длина, мм	120
Мощность электрического нагревателя, Вт	от 400 до 600
Максимальный расход газа в системе охлаждения, г/с	60
Термопары хромель-алюмель	4 канала
Термопары хромель-копель	2 канала
Температурный интервал образца, К	от 300 до 1200
Рабочее давление газов:	
— на входной стороне образца, Па	от 100 до 10^5
— на выходной стороне, Па	10^{-5}

Наиболее значимые работы

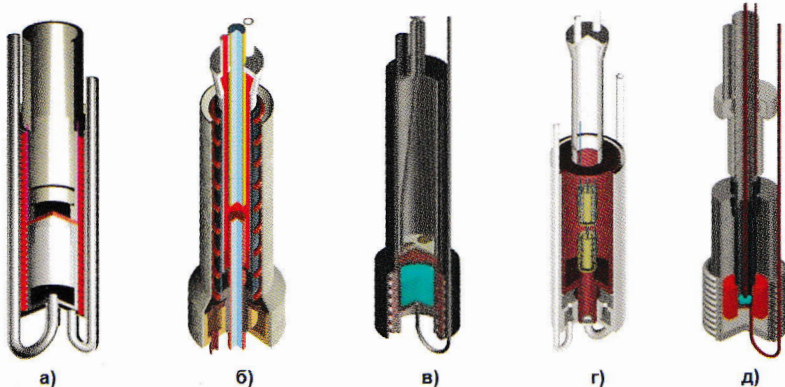
Начиная с 1975 г., на реакторе ИВГ.1М были проведены экспериментальные исследования и испытания различных конструкций ТВС и технологических каналов ЯРД и ядерной энергетической двигательной установки (ЯЭДУ).

Результаты испытаний топлива ЯРД и ЯЭДУ в реакторе ИВГ.1М

Тип установки	ЯРД	Многорежимная ЯЭДУ
Удельное энерговыделение в топливе, кВт/см ³	25–35	0,02–34
Теплоноситель в ТВС	водород	водород, азот
Температура, К:		
— теплоносителя	2900–3100	1200–2900
— топлива	3200–3400	1400–3200
Продолжительность испытаний, час	1,1	18

Результаты некоторых экспериментов, которые были проведены на экспериментальном стенде «Лиана»

В экспериментах по исследованию процессов взаимодействия изотопов водорода с конструкционными материалами, проводимых на экспериментальном стенде «Лиана», фиксировалась кинетика проникновения (выделения) изотопов водорода в конструкционных материалах в условиях реакторного излучения и без него, определялись основные параметры взаимодействия. При обработке во многих случаях оказывалось, что эффект влияния реакторного излучения на параметры взаимодействия изотопов водорода с исследуемыми материалами является значительным. В каждом из проведенных исследований факторами, приводящими к изменению параметров взаимодействия изотопов водорода с материалами, являются различные физические процессы, которые характерны для исследуемого материала при данных условиях.



Экспериментальные облучательные ампульные устройства: а) — эксперименты по водородопроницаемости (V , V_4Cr_4Ti , 12X18H10T, SS316IG, Ni, CuCrZr, Cu); б) — эксперименты по проницаемости трития сквозь образец без покрытия и с покрытием (MANET, F82H); в) — эксперименты по генерации и выделению трития из литий содержащих материалов (Li, Pb-83, Li-17, литиевая капиллярно-пористая структура (КПС)); г) — эксперименты по энерговыделению литий содержащих материалов (Li_2TiO_3); д) — эксперименты по термодесорбции (Be, литиевая КПС)

Основные достижения

В процессе испытаний ТВС высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов в реакторе ИВГ.1М были достигнуты выдающиеся научно-технические результаты, в частности, была продемонстрирована работоспособность ТВС ЯРД в течение 4000 с при средней удельной мощности энерговыделения в твэлах 25 кВт/см^3 и температуре водорода на выходе ТВС до 3100 К.

Заложенный в конструкцию реактора принцип сменности активной зоны позволил осуществить модернизацию реактора (с заменой газоохлаждаемой активной зоны на водоохлаждаемую) за короткое время и при относительно небольших затратах.

После модернизации на реакторе ИВГ.1М были получены экспериментальные данные по поведению и свойствам кандидатных материалов термоядерного реактора (в том числе данные по водородопроницаемости и сорбционным свойствам этих материалов) в условиях реакторного облучения, исследованы параметры рассеивания излучения реактора ИВГ.1М в атмосфере.

В настоящее время реактор ИВГ.1М остается уникальным действующим исследовательским ядерным реактором, на котором возможно проведение широкого спектра экспериментальных исследований для различных областей ядерной науки и техники.

Перспективы использования реактора

В рамках модернизации предполагается:

- создание новой активной зоны с использованием низкообогащенного топлива;
- проведение реконструкции системы водяного охлаждения реактора, обеспечивающей возможность длительной работы реактора на номинальном уровне мощности;
- реконструкция системы аварийного охлаждения реактора для повышения безопасности испытаний;
- модернизация технологических систем реакторной установки;
- создание петлевой установки для проведения испытаний водоохлаждаемых ТВС энергетических реакторов;
- создание газовой петлевой установки для испытания газоохлаждаемых ТВС и отработки технологии получения водорода.

Международное сотрудничество

В настоящее время осуществляется подготовка реактора ИВГ.1М к проведению работ по программе снижения обогащения топлива реактора ИВГ.1М — испытание двух опытных ВОТК-НОУ в составе активной зоны реактора ИВГ.1М (Argonne National Laboratory, США).

В рамках проекта МНТЦ были проведены исследования взаимодействия кандидатных конструкционных материалов международного термоядерного экспериментального реактора (ИТЭР) с водородом и его изотопами в условиях реакторного облучения.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР ИГР

Импульсный графитовый реактор (ИГР) относится к классу исследовательских ядерных реакторов на тепловых нейтронах с гомогенной уран-графитовой активной зоной, работает в режиме программируемых импульсов мощности и, по принципу гашения импульса, является самогасящимся.



Здание реактора ИГР

Прототипом реактора ИГР являлся американский импульсный графитовый реактор TREAT, который был построен в 1958 г., однако у последнего интегральная мощность была на порядок ниже, чем у ИГР.

Физический пуск реактора ИГР был проведен в июне 1960 г., энергетический пуск — в августе 1961 г. В 1967 г. проведена модернизация реактора — увеличена масса ^{235}U в активной зоне (с 7,46 кг до 9,0 кг); увеличен диаметр центрального экспериментального канала (со 180 мм до 290 мм). Проектом ресурс реактора ИГР не определен. Регулярно проводится техническое освидетельствование систем и элементов реактора ИГР. По результатам работы комиссии по техническому освидетельствованию, учитывающим техническое состояние систем, узлов, оборудования реактора ИГР, принимается решение о возможности дальнейшей эксплуатации реактора.

Среди импульсных реакторов большой интегральной мощности реактор ИГР обладает самым высоким флюенсом тепловых нейтронов, составляющим $3,7 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$, и интегральной дозой гамма-излучения за пуск — $4,78 \cdot 10^7$ рад.

Задачи, которые решались и решаются в настоящее время с помощью реактора ИГР, чрезвычайно разнообразны. Они охватывают различные области применения — физику реакторов, реакторную технологию, испытания топлива и реакторных материалов в критических тепловых режимах, радиационную стойкость, обоснование безопасности перспективных ядерных реакторов на быстрых нейтронах и многое другое.

Конструктивно реактор ИГР представляет собой кладку из графитовых блоков, собранных в колонны, которая размещена в герметичном стальном цилиндрическом корпусе с гелиевой средой. Между графитовой кладкой и корпусом реактора установлены цилиндрические тепловые экраны. Корпус реактора расположен в баке с охлаждающей водой.

Графитовые блоки активной зоны реактора пропитаны водным раствором уранилдинитрата (азотнокислого уранила). Графит является хорошим замедлителем, обладает большой теплоемкостью, стоек при высокой температуре и термических ударах, хорошо отводит и поглощает тепло от урановых частиц топлива. Эти свойства графита позволили обойтись

без специальной системы охлаждения активной зоны (контура теплоносителя) — энергия, выделяющаяся в активной зоне в процессе пуска реактора, аккумулируется в графите и затем отводится водой, охлаждающей экспериментальные устройства (неподвижные ампулы центрального и бокового экспериментальных каналов) и корпус реактора.



Работы по обслуживанию систем реактора ИГР

Форма активной зоны реактора близка к кубической: в поперечном сечении имеет размеры 1400×1400 мм; высота в подвижной части кладки — 1463 мм; высота в неподвижной части кладки — 1332 мм. Горизонтальное сечение подвижной части кладки — 800×800 мм.

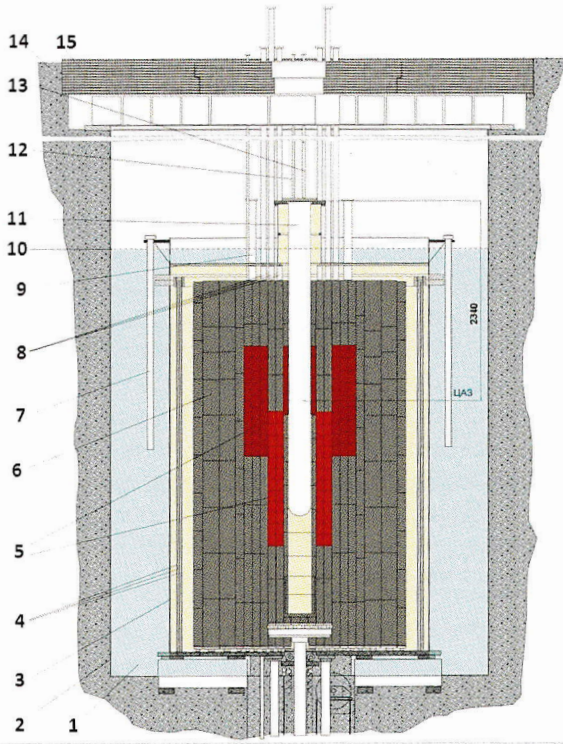
Графитовая кладка реактора имеет неподвижную и подвижную части. Подвижная часть кладки смонтирована на водоохлаждаемой стальной плите («столике») с колонной, соединенной с днищем корпуса реактора резинометаллическим компенсатором, герметизирующим газовую полость реактора. В межпусковой период (реактор заглушен) подвижная часть кладки находится в крайнем нижнем положении, тем самым обеспечивается глубокая подкритичность реактора. Перед проведением пуска реактора подвижная часть кладки поднимается в крайнее верхнее положение.

Стержни регулирования (16 шт.) системы управления и защиты реактора с поглотителем нейтронов из окиси гадолиния смонтированы в неподвижной части активной зоны.

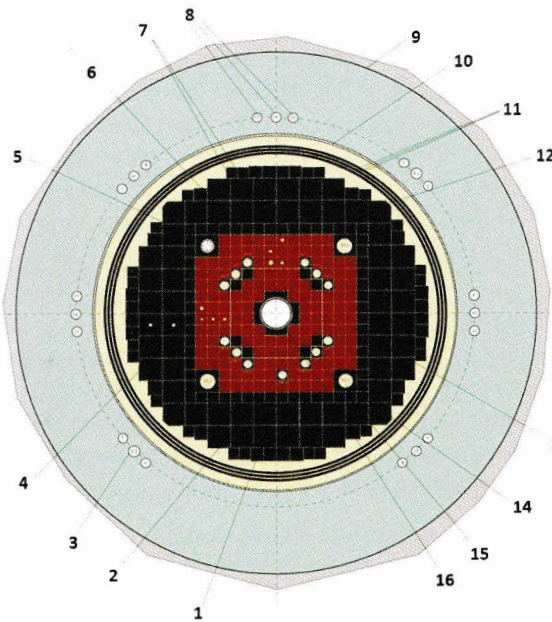
Контроль и регулирование мощности реактора осуществляется с помощью ионизационных камер (ИК), установленных в стояках (трубах, нижние торцы которых загерметизированы) по периметру корпуса в центре (по высоте) активной зоны.

Реактор имеет центральный (ЦЭК) и боковой (БЭК) экспериментальные каналы, которые оснащены водоохлаждаемыми экспериментальными устройствами (неподвижными ампулами), герметизирующими газовую полость реактора и защищающими объекты испытаний от термического воздействия активной зоны. Внутренний диаметр экспериментальных полостей: ЦЭК — 228 мм, БЭК — 82 мм.

Вакуумирование и наполнение газовой полости реактора гелием, а также циркуляция воды в неподвижных ампулах центрального и бокового экспериментальных каналов и баке, обеспечиваются газовакуумным и водяными контурами технологических систем реактора.



Вертикальный разрез реактора ИГР:
 1 — полость охлаждающей воды; 2 — бак; 3 — кожух; 4 — экран боковой (три обечайки); 5 — активная зона (неподвижная и подвижная части); 6 — отражатель; 7 — канал ионизационной камеры; 8 — каналы органов регулирования; 9 — боковой экспериментальный канал; 10 — уровень воды; 11 — центральный экспериментальный канал; 12 — канал физических измерений; 13 — канал термоэлектрического преобразователя; 14 — биологическая защита; 15 — перекрытие верхнее



Горизонтальное сечение реактора ИГР:
 1 — колонна активной зоны, 21 шт., графит ГМЗ; 2 — канал органа регулирования, 13 шт., Ø 65; 3 — канал счетчика нейтронов, 2 шт., Ø 108; 4 — канал источника нейтронов, Ø 20; 5 — боковой экспериментальный канал, Ø 110; 6 — канал физических измерений, Ø 20; 7 — каналы термоэлектрических преобразователей, 9 шт., Ø 15; 8 — каналы ионизационных камер, 19 шт., Ø 76, сталь 12X18H10T; 9 — бак, Ø 4500×8, сталь 4; 10 — кожух, Ø 3100×16, сталь 20K; 11 — экран боковой, три обечайки, Ø 2822×20, 2888×20, 2954×20, сталь АК25; 12 — отражатель, графит ГМЗ; 13 — неподвижная часть активной зоны, графит П-03, пропитанный $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$ (количество колонн — 107); 14 — канал органа регулирования, Ø 110, 3 шт.; 15 — подвижная часть активной зоны, графит П-03, пропитанный $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$ (количество колонн — 40); 16 — центральный экспериментальный канал, Ø 290, втулка крестообразная, графит ГМЗ

Основные технические характеристики реактора ИГР

Теплоноситель	воздух
Отражатель	графит марки ГМЗ
Замедлитель	графит марки 11-03
Обогащение топлива по ^{235}U , %	90
Максимальная плотность потока нейтронов, $\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$:	
— тепловых	$7\cdot 10^{16}$
— быстрых	$2\cdot 10^{15}$
Число экспериментальных петель	1
Число экспериментальных каналов	2
<i>Импульсный режим</i>	
Полуширина импульса, мс	120
Пиковая мощность, Вт	10^{10}
<i>Статический режим</i>	
Мощность, Вт	10^9
Плотность потока нейтронов в статическом режиме, $\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$	$7\cdot 10^{15}$

Экспериментальные возможности

Пневмогидравлический стенд

Общепризнанная в реакторостроении схема испытаний топлива и конструкций предполагает использование экспериментальных петлевых стендов и установок для создания в экспериментальных устройствах необходимых нейтронно-физических, мощностных и тепло-гидравлических режимов. Это позволяет получать данные для изучения работоспособности элементов конструкции ядерных реакторов в условиях, максимально приближенных к натурным, и решать многие задачи испытаний в более простых, безопасных и дешевых условиях.

Для этих целей на реакторе ИГР создан испытательный пневмогидравлический стенд (ПГС). В первоначальном виде ПГС был смонтирован для испытаний газоохлаждаемых тепловыделяющих сборок (ТВС) по программе создания ядерного ракетного двигателя и обеспечил проведение динамических реакторных испытаний петлевых ТВС с нагревом водорода до 3070 К и удельным энерговыделением в топливе до 25 МВт/л. В дальнейшем стенд неоднократно подвергался модернизации под новые программы, задачи и объекты испытаний. В настоящее время пневмогидравлический стенд обеспечивает проведение реакторных испытаний с использованием разного вида теплоносителя (азота, воздуха, гелия, воды) при различных диаграммах изменения расхода, давления и температуры.

ПГС представляет собой развитую систему сооружений, оборудования, запорно-регулирующей и предохранительной арматуры, трубопроводов, средств управления и контроля с участками разомкнутых контуров охлаждения объектов испытаний, в которых теплоноситель однократно прокачивается через объект испытаний и выводится из контура в выбросную (для газов) и сбросную (для жидкостей) герметичные системы.

Основные технические данные пневмогидравлического стенда

Давление рабочих сред источника, МПа:	
— газообразных (азот, гелий и др.)	20–32
— дистиллята	20–30

Расход рабочих сред, кг/с: — газообразных (азот, гелий и др.) — дистиллята	4–22 25
Температура рабочих сред на выходе из объектов испытаний, К: — газообразных — водяного пара	2000–3000 1100
Количество трактов подачи высокого давления (> 10 МПа): — газовых — водяных	11 7
Вместимость закрытой системы, м ³ : — выбросной для газов при давлении 0,5 МПа — сбросной для воды при давлении 0,8 МПа	950 25

Система контроля импульсного давления в реакторных экспериментах

Параметры системы обеспечивают измерение статического и импульсного давления в агрессивных средах (в том числе в жидком натрии) в условиях нейтронного и гамма излучения при температуре в контролируемой точке до 1000 °С. Величина контролируемого давления до 60 МПа при длительности импульса давления порядка 5–10 мс.

Система технологического контроля

Система технологического контроля (СТК), включающая в себя систему регистрации на базе оборудования «National Instruments», обеспечивает измерения и регистрацию различных технологических параметров экспериментального устройства при проведении испытаний.

Основные характеристики системы измерения параметров

Число каналов аналого-цифрового ввода	160
Частотный диапазон измерительного канала, кГц	≤ 1
Приведенная погрешность канала измерений, %	≤ 0,1
Число каналов допускового контроля	24

Наиболее значимые работы

Основная тематика испытаний на реакторе ИГР в течение последних 10 лет — экспериментальное подтверждение концепции контролируемого перемещения расплава топлива в перспективном реакторе на быстрых нейтронах для предотвращения возникновения повторной критичности при тяжелых авариях с плавлением активной зоны.

В этот период, в рамках контрактов с Японским ядерным центром (JNC) и агентством по атомной энергии (JAEA), на реакторе ИГР проведено восемь полномасштабных (зачетных) экспериментов. Разработка проектной документации, изготовление (кроме силовых корпусов) и сборка экспериментальных устройств, оснащение их первичными преобразователями (датчиками) выполнены специалистами РГП НЯЦ РК.

Наиболее крупные программы исследований и испытаний на реакторе ИГР:

- экспериментальная отработка элементов конструкции перспективных энергетических реакторов;
- определение пределов работоспособности твэлов и ТВС космических, транспортных, исследовательских и энергетических реакторов;
- определение выхода и осаждения продуктов деления при эксплуатации реакторного топлива;

- изучение влияния радиации на электронную аппаратуру и элементы автоматики космических и воздушных летательных аппаратов;
- создание ЯРД.



Фрагмент внутренней трубы и ТВС после эксперимента



Модельные твэлы ВВЭР-1000 после испытаний

Основные достижения

Объектами исследований и испытаний на реакторе ИГР являлись единичные изделия или группы (партии) изделий, главным признаком которых было то, что по результатам их испытаний принимались те или другие решения о годности либо непригодности изделий для дальнейшего применения в программах и проектах вновь разрабатываемой ядерной техники.

Виды испытанных изделий, их конструкция, назначение, технические характеристики, условия работы были самыми различными, например:

- газоохлаждаемые ТВС реакторов ЯРД;
- азотные петлевые каналы и ТВС;
- ТВС исследовательского реактора ИВВ-2М;
- модельные твэлы реактора типа БН-800.

Перспективы использования реактора

На сегодня разработано несколько программ и проектов, в которых предусматривается использование реакторного комплекса ИГР в ближайшие годы. Ключевые проблемы и вопросы, поставленные в этих программах и проектах, касаются экспериментального исследования поведения топлива в условиях проектных и запроектных аварий. Все эти проблемы относятся к области обоснования безопасности энергетических и исследовательских ядерных установок.

В последние годы проблемам безопасности в реакторостроении отдается все больше усилий и средств, выполняются и будут разрабатываться новые программы исследований, создаваться новые виды ядерного топлива, элементы и системы ядерных установок, действуют и будут укрепляться условия лицензирования и сертификации разработок, которые потребуют расчетно-экспериментальную поддержку и обоснование создаваемой ядерной техники. В этом аспекте реактор ИГР как один из лучших инструментов для динамических испытаний топлива, его экспериментальные петлевые установки и устройства, широкая возможность сочетания эксплуатационных характеристик реактора и петлевых установок долгое время будут необходимы и оправданы для этой цели.

Международное сотрудничество

В настоящее время осуществляется подготовка экспериментальной программы испытаний топлива перспективного реактора ASTRID (Франция) в условиях возникновения аварийных ситуаций, обусловленных резким ростом мощности в топливе и прекращением расхода теплоносителя через активную зону.

История

Решение о создании реактора ИГР — историческое событие, начиная с которого ведет отсчет Институт атомной энергии Национального ядерного центра РК.

Основанием для создания реактора ИГР являлось Постановление ЦК КПСС и СМ СССР № 518-246 от 13 мая 1958 г., которым предусматривалось «...построить экспериментальную установку с высокотемпературным гомогенным графитовым реактором...». Цель создания — экспериментальные исследования нестационарных физических процессов, происходящих в импульсных реакторах, изучение динамики и безопасности реактора при введении больших значений реактивности, а также исследования поведения топливных и конструкционных элементов при высокой и быстропеременной температуре.

Научное руководство созданием реактора ИГР было возложено на С. М. Фейнберга, чл.-корр. АН СССР, профессора, начальника сектора Института атомной энергии АН СССР (г. Москва).

В 1959–1961 гг. в создании реактора, кроме Института атомной энергии АН СССР, прилагавшего наибольшие усилия, участвовал большой ряд организаций и предприятий различных министерств и ведомств СССР, основными из которых являлись:

- Министерство среднего машиностроения,
- Министерство обороны,
- Госкомитет по авиационной технике,
- Академия наук СССР и др.

Благодаря такому объединению организаций — участников, их напряженной работе, вниманию и непосредственному участию высшего руководства организаций стало возможным уже в 1962 г. провести первую серию испытаний твэлов ЯРД на реакторе ИГР.

Персоны

В деятельности на реакторе ИГР принимали активное участие сотрудники института О. П. Руссков, А. П. Ивлев, А. С. Рычев, В. А. Пахниц.

Контакты



Гайдайчук Валерий Александрович

Начальник комплекса исследовательского реактора ИГР — главный инженер

Тел.: +7(722)512-31-25. Факс: +7(722)512-31-25.

E-mail: valery@nnc.kz



Котляр Андрей Николаевич

Заместитель начальника комплекса исследовательского реактора ИГР по эксплуатации и испытаниям

Тел.: +7(722)512-31-25. Факс: +7(722)512-31-25.

E-mail: kotlyar@nnc.kz

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР РА

Реактор РА (реактор ампульный) — исследовательский, высокотемпературный, газоохлаждаемый гетерогенный реактор корпусного типа на тепловых нейтронах с замедлителем из гидрида циркония и бериллиевым отражателем.

Реактор РА был создан на базе реактора ЯРД-11Б91-ИР.100М (ИРГИТ), предназначавшегося для экспериментальных исследований ТВС и других элементов активных зон высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов, включая реактор ядерного ракетного двигателя.

В 1986 г. в результате конверсии реактора ИРГИТ технологические каналы были заменены герметичными ресурсными ампулами, заполняемыми гелием и азотом. Реактор получил название «РА». Была смонтирована воздушная система охлаждения ресурсных ампул и корпусных элементов реактора.

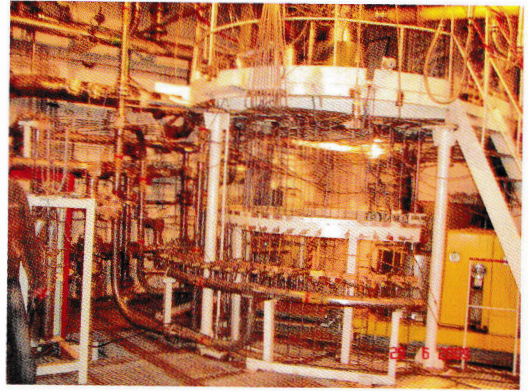
Реактор РА предназначен для выполнения исследований радиационной стойкости топлива ядерной двухрежимной установки в энергетическом режиме, облучения образцов материалов во внутриреакторном устройстве и внереакторного облучения крупных объектов.

Конструктивно исследовательский реактор РА состоит из следующих основных элементов: корпуса, блока отражателя, блока замедлителя, блока днища, технологической консоли (выполняющей роль биологической стендовой защиты), кожуха (обеспечивающего подвод теплоносителя, воздуха или азота, в реактор). Основной особенностью конструкции реактора является то, что ТВС размещены в герметичных каналах (ампулах) с контролируемым и регулируемым составом газовой среды.

Корпус реактора выполнен из стали X16H6 и состоит из двух слоев: внутреннего и наружного. Эффективная толщина корпуса составляет 16,57 мм.



Надреакторное помещение реактора РА

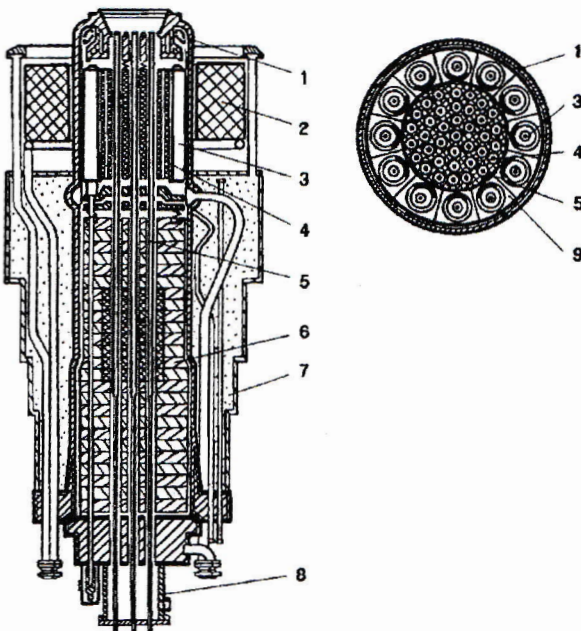


Подреакторное помещение реактора РА

К консоли реактора приварен воздухоподводящий кожух. К нижней части кожуха с помощью шпилек крепится днище из стали 12Х18Н10Т с 37 отверстиями диаметром 27 мм. Загружаемые в реактор ампулы уплотняются по внутренней поверхности отверстий днища кожуха с помощью резиновых колец, устанавливаемых на хвостовике ампулы.

Отражатель состоит из 12 бериллиевых секций толщиной 102 мм, высотой 807 мм, скрепленных между собой по торцам стальными кольцами и штифтами. Блок отражателя жестко крепится к корпусу реактора, а верхний конец имеет возможность свободного перемещения в осевом направлении при термических расширениях. В каждой секции отражателя располагается исполнительный орган СУЗ — регулирующий барабан.

Барабан изготовлен из бериллия, на внешней поверхности имеется сектор из поглощающего материала, выполненный в виде набора трубок, наполненных карбидом бора.



Конструктивная схема реактора РА: 1 — корпус; 2 — дополнительный графитовый отражатель; 3 — регулирующие барабаны; 4 — замедлитель; 5 — ампулы с топливом; 6 — технологическая консоль; 7 — установочный механизм; 8 — кожух; 9 — отражатель

Блок замедлителя состоит из набора дисков (13 штук по 50 мм) из гидрида циркония и трех дисков из бериллия (торцевой отражатель). В замедлителе имеется 37 отверстий диаметром 41 мм для расположения ресурсных ампул РА и 372 отверстия диаметром 3 мм для охлаждения. Для компенсации термических расширений диски поджаты пружинами.

Технологическая консоль, выполняющая роль биологической защиты подреакторного помещения, состоит из корпуса и набора стальных дисков и дисков из гидрида циркония.

Конструктивно ресурсная ампула состоит из верхней и нижней частей. В верхней части расположена тепловыделяющая сборка (далее — ТВС) с отражателем, верхний торцевой замедлитель, компенсационная пружина, биозащита, захват ампулы. Нижняя часть ампулы состоит из стальной трубки, в которую включены системы измерений и пневмоэлектроразъемы для подключения к системе заполнения.

Тепловыделяющая сборка высотой 700 мм содержит твэлы, собранные в нагревающие секции. Положение верхнего торца твэлов совпадает с верхним торцом активной зоны реактора.

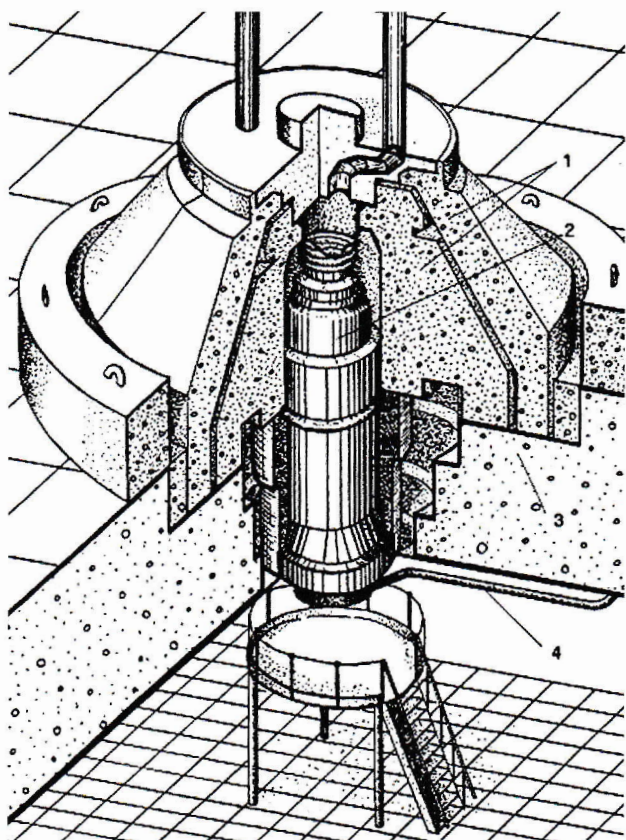


Схема размещения реактора РА: 1 — съемная биологическая защита; 2 — корпус реактора; 3 — перекрытие реакторного здания; 4 — трубопровод подвода теплоносителя (воздуха или азота)

В феврале 1998 г. произведена выгрузка ампул с топливом из активной зоны реактора РА для их последующей разделки и отправки в Российскую Федерацию.

В 1998 г. на основании совместных решений министерств России и Казахстана о вывозе из Казахстана в Россию ядерных материалов были вывезены исследовательские технологические каналы реакторов ИРГИТ и ресурсные ампулы реактора РА.

Исследовательский реактор РА переведен в режим длительного останова 15 ноября 2001 г.

Основные технические характеристики реактора РА

Мощность, МВт	0,5
Замедлитель	ZrH
Теплоноситель	воздух, азот
Отражатель	основной — Be, дополнительный — графит
Размеры активной зоны, мм: — диаметр эффективный — высота	339 70
Количество ячеек для ТВС, шт.	37
Плотность потока тепловых нейтронов в активной зоне, $\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$	$2\cdot 10^{12}$
Параметры излучения на внешней поверхности корпуса реактора при мощности 0,2 МВт: — плотность потока тепловых нейтронов, $\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ — плотность потока быстрых нейтронов, $\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ — мощность экспозиционной дозы γ , кР/час	$6\cdot 10^{10}$ $6\cdot 10^{10}$ 500

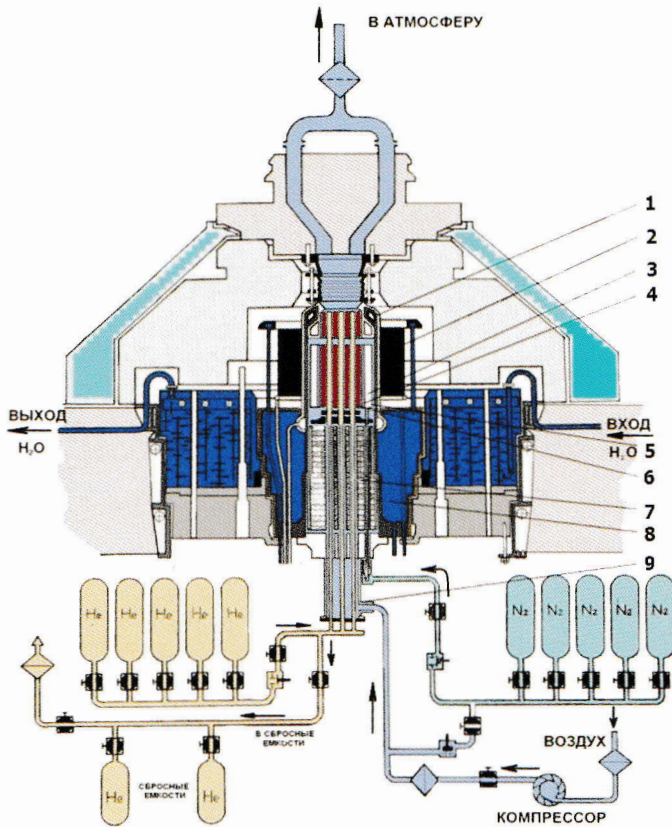
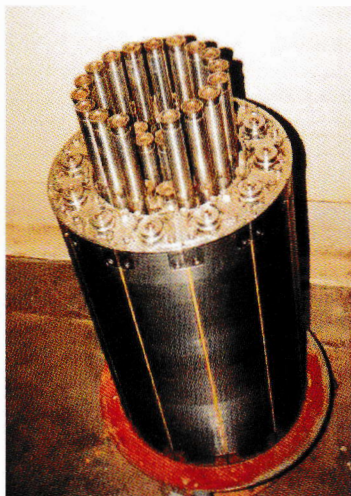


Схема конструкции реактора РА и расположения основных узлов и системы охлаждения: 1 — корпус; 2 — дополнительный графитовый отражатель; 3 — отражатель; 4 — замедлитель; 5 — регулирующие барабаны; 6 — ампулы с топливом; 7 — технологическая консоль; 8 — установочный механизм; 9 — кожух



Активная зона реактора РА с ресурсными ампулами и регулирующими барабанами

Экспериментальные возможности

В данный момент экспериментальные возможности реакторной установки РА не могут быть осуществлены, так как активная зона реактора выгружена, реактор РА находится в режиме длительного останова.

Наиболее значимые работы

Наиболее значимые работы связаны с реализацией испытаний реактора ИРГИТ.

Параметры испытаний реакторов ИРГИТ	ИРГИТ № 1	ИРГИТ № 2	ИРГИТ № 3
Количество испытаний (пусков реактора)	3	1	7
Мощность единичной ТВС, МВт	0,7–1,2	1,5–1,8	0,004–0,006
Суммарный расход водорода через ТВС, кг/с	1,7–3,5	1,75	—
Температура водорода на выходе ТВС, К	до 2600	до 2500	1300–1700 (температура топлива)
Температура водорода на выходе из трактов охлаждения реактора, К	≈ 400	≈ 400	—
Суммарная длительность работы на мощности, с	250	≈ 140	4·10 ⁵
Количество испытанных ТВС	40	37	37

Параметры испытаний ТВС ЯРД в реакторе РА

Мощность реактора, кВт	20–400
Мощность ТВС, кВт	≈ 10
Температура топлива в ТВС, К	до 2000
Расход воздуха на охлаждение реактора, кг/с	до 3,2
Температура воздуха на выходе из реактора, К	до 500
Продолжительность одного испытания (пуска), ч	до 70
Максимальная (суммарная) длительность облучения единичной ТВС, ч	более 4000
Количество испытанных ТВС	61

Персоны

В деятельности на реакторе РА принимали активное участие сотрудники института: В. М. Щербатюк, Л. Н. Тихомиров, Д. И. Зеленский, В. В. Яковлев, А. Н. Колбаенков, В. П. Кадников, В. В. Ганжа.

Контакты



Гныря Вячеслав Сергеевич

Начальник комплекса исследовательских реакторов «Байкал-1» — главный инженер

Тел.: +7(722)517-99-44, +7(722)512-31-25. Факс: +7(722)512-31-25.

E-mail: slava@nnc.kz



Азимханов Алмас Сламбекович.

Заместитель начальника комплекса исследовательских реакторов «Байкал-1» по эксплуатации

Тел.: +7(722)517-99-21, +7(722)512-31-25. Факс: +7(722)512-31-25.

E-mail: azimhanov@nnc.kz



Колбаенков Александр Николаевич

Главный специалист по реакторам и техническим вопросам

Тел.: +7(722)517-99-21, +7(722)512-31-25. Факс: +7(722)512-31-25.

E-mail: Kolbaenkov@nnc.kz